УДК 621.039.586

СМЕШАННАЯ ЗАГРУЗКА ЛЕГКОВОДНОГО РЕАКТОРА ПОД ДАВЛЕНИЕМ ТОРИЙ-ПЛУТОНИЕВЫМ И ТОРИЙ-УРАНОВЫМ ОКСИДНЫМ ТОПЛИВОМ

В.И. Бойко, И.В. Шаманин, Т.Л. Сафарян

Томский политехнический университет
E-mail: shamanin@phtd.tpu.ru

Рассматривается вариант реализации открытого ториевого ядерного топливного цикла как альтернатива замкнутому уран-ториевому и дополнение к успешно реализованному уран-плутониевому циклам. Вариант не требует принципиальных изменений конструкции серийных легководных реакторов последнего поколения при переходе на торийсодержащее топливо и обеспечивает возможность организации открытого топливного цикла при реализации длинных и сверхдлинных кампаний. Плутоний и высокообогащенный уран вовлекаются в открытый ториевый цикл как "запальные" нуклиды, инициирующие наработку урана-233. Наработка и параллельно протекающее выгорание урана-233 организованны так, что достигаются предельные значения выгорания урана-235, плутония-239, урана-233 и длительности кампаний.

Состояние исследований

Принципиальные мотивы, преимущества и аргументы в пользу постепенного перехода ядерной энергетики к уран-ториевому топливному циклу были приведены еще в 1983 г. [1]. В указанной монографии подробно изложены результаты экспериментов в этом направлении за рубежом. Ранее в 1982 г. на Японо-Американском семинаре "Thorium Fuel Reactors" Робертом Блоком был представлен доклад по программе "Легководный реактор-бридер" с торий-содержащим топливом, которая была начата в 1965 г. в США (Шиппингпорт). Уран-ториевый топливный цикл в традиционном его понимании является замкнутым. Торий в нем является сырьевым нуклидом, образующим делящийся уран-233. Последний, извлекаемый из отработанного топлива, предполагается использовать для производства делящихся композиций. По существу, уран-ториевый цикл является аналогом успешно реализованного и действующего уран-плутониевого цикла, в котором из отработанного топлива извлекается плутоний энергетической, либо оружейной (специализированные реакторы) кондиции. Главное отличие, являющееся препятствием для реализации в ближайшем будущем замкнутого уран-ториевого цикла, состоит в неизбежном образовании при облучении тория четно-четного нуклида уран-232. В ходе последовательных α-распадов урана-232 образуются жесткие γ-излучатели. В результате, радиохимическая переработка отработанного топлива чрезвычайно усложняется. Имеющаяся технология переработки в уран-плутониевом цикле требует существенной модификации для того, чтобы быть пригодной для использования в уран-ториевом цикле. Можно ли считать уран-ториевый топливный цикл очевидной альтернативой уран-плутониевому циклу? Этот вопрос на сегодня является открытым.

В последние годы появились новые аспекты проблемы вовлечения тория в ядерную энергетику. В частности, поиск путей использования плутония оружейной кондиции и высокообогащенного урана в ядерно-энергетических установках, использующих торий-содержащее топливо. Такая возможность может быть реализована в легководном ториевом реакторе ВВЭР-Т на базе концепции А. Радковского [2]. Данный вариант предполагается использовать в реакторах нового поколения при изменении базовых конструктивных решений. По-прежнему предполагается замкнутый ядерный топливный цикл, требующий внедрения модифицированной технологии переработки топлива.

Несомненный интерес представляет вариант, не требующий изменений конструкции серийных реакторов последнего поколения при переходе на торий-содержащее топливо и обеспечивающий возможность организации открытого ядерного топливного цикла при реализации длинных и сверхдлинных кампаний [3, 4]. В данных работах определены ключевые критерии возможности организации открытого цикла на базе отечественных действующих реакторов с использованием имеющихся природных запасов тория. Плутоний и высокообогащенный уран при этом вовлекаются в открытий торий-плутониевый цикл как "запальные" нуклиды. Выгорая, они инициируют наработку урана-233. Наработка и параллельно протекающее выгорание урана-233 организованны так, что достигаются предельные значения выгораний урана-235, плутония-239, урана-233 и длительности кампаний. Такая организация базируются на оптимизированных схемах загрузки и передвижения топлива. В большинстве случаев они должны быть смешанными, предполагающими наличие в активной зоне нескольких типов тепловыделяющих сборок. Определенная часть из них должна содержать уран-235 в количестве, достаточном для обеспечения необходимого значения эффективной доли запаздывающих нейтронов.

Данная работа является продолжением исследований [3, 4]. Предметом ее изучения являются смешанная топливная загрузка и схема перемещения топлива, обеспечивающие преимущества перед стандартной схемой на базе UO_2 топлива и схемой на базе $(Th, Pu)O_2$ топлива.

Методика численного эксперимента

Базой для проведения численного эксперимента служил пакет прикладных программ V.S.O.P.(97)

[3]. Его исходная библиотека констант в быстрой и эпитепловой областях включает 68 групп; в тепловой области – 30 групп. Систематические расчеты послужили основой для использования 6-группового приближения в применении к эффективным параметрам ячейки. В табл. 1 приведены параметры свертки многогрупповой системы.

Таблица 1. *6-групповое разбиение энергетического спектра нейтронов*

Номер группы	Интервал энергии	Доля нейтронов деления
1	10,5...2,5 МэВ	0,288
2	2,5...0,8 МэВ	0,475
3	800...46,5 кэВ	0,236
4	46,5...0,215 кэВ	0,001
5	215...0,414 эВ	0
6	0,414...0 эВ	0

Выбор 6-группового приближения был обусловлен следующими причинами:

- использование привычного 2-группового приближения приводит к погрешности определения эффективного коэффициента размножения, как функции времени, в интервалах между частичными перегрузками и перестановками топлива до 14 %;
- длительность цикла выгорания топлива, определяемая условием $k_{эфф} \geq 1$, где $k_{эфф}$ – эффективный коэффициент размножения нейтронов, в 2-х и 6-групповом приближениях оказывается практически неизменной, но момент достижения минимально допустимого запаса реактивности в 2-групповом приближении оказывается завышенным в опасною сторону;
- использование более чем 6 групп не приводит к оправданному увеличению точности расчета, хотя затраты счетного времени существенно возрастают;
- 6-групповое приближение оказывается оптимальным с точки зрения детализации процесса энерговыделения в активной зоне и возможности решения задач спектрального регулирования.

Пакет программ V.S.O.P. позволяет рассмотреть в явном виде различные схемы передвижения топлива в радиальном направлении (*R, Z*-геометрия). Нахождение реальной схемы перестановок тепловыделяющих сборок, соответствующей схеме в численном эксперименте, выделяется в самостоятельную задачу. Она требует учета перемещения сборок не только в радиальном, но и в азимутальном направлениях. Схеме движения топлива в радиальном направлении соответствует, как правило, несколько возможных сопутствующих схем радиально-азимутального перемещения. Одна из них является оптимальной. Для ее выбора использовался принцип минимума количества необходимых перестановок тепловыделяющих сборок при обеспечении максимального соответствия нуклидного состава в пределах каждого кольцевого сектора.

Схема смешанной загрузки

Загрузка активной зоны реактора ВВЭР-1000 включает 151 тепловыделяющую сборку (ТВС). На рис. 1 приведена оптимальная схема смешанной загрузки.

Стартовая загрузка производится семью типами ТВС. ТВС типа B, B1 и B2 – бланкетные, содержащие топливные композиции ThO_2-$U^{235}O_2$ с концентрацией U^{235} 3,8 % (B); 4,8 % (B1) и 6,8 % (B2). ТВС типа Z, Z1, Z2 и Z3 – запальные, содержащие топливные композиции ThO_2-$Pu^{239}O_2$ с концентрацией Pu^{239} 6,9 % (Z); 8,9 % (Z1); 10,9 % (Z2) и 12,9 % (Z3). Значения концентраций соответствуют долям ядерных концентраций по отношению к общей ядерной концентрации тяжелых нуклидов. Доли ТВС каждого типа в радиальных кольцевых секторах приведены в табл. 2.

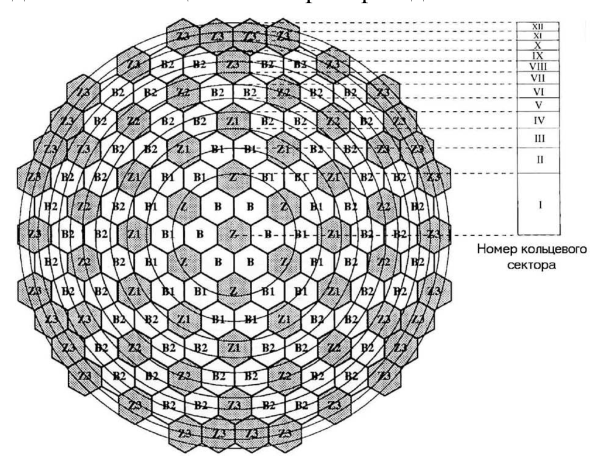


Рис. 1. *Загрузка активной зоны реактора ВВЭР-1000 (вид сверху)*

Площади сечений каждого из 12 кольцевых секторов равны.

Таблица 2. *Представленность ТВС в кольцевых секторах, %*

Радиальный сектор	Тип ТВС						
	B	B1	B2	Z	Z1	Z2	Z3
I	47,24	16,54	–	36,22	–	–	–
II	–	78,57	–	16,67	4,76	–	–
III	–	47,62	9,52	–	42,86	–	–
IV	–	–	66,67	33,33	–	–	–
V	–	–	76,19	–	14,29	9,52	–
VI	–	–	61,91	–	–	38,09	–
VII	–	–	52,38	–	–	33,33	14,29
VIII	–	–	71,43	–	–	9,52	19,05
IX	–	–	64,29	–	–	–	35,70
X	–	–	38,09	–	–	–	61,91
XI	–	–	19,05	–	–	–	80,95
XII	–	–	–	–	–	–	100,0

Схема перемещения топлива

В аксиальном направлении активная зона дробится на 5 частей. Таким образом, расчетная сетка составлена из 60 ячеек. На рис. 2 приведена схема перемещения топлива в ходе частичной перегрузки.

3 частичные перегрузки и 4 цикла выгорания образуют кампанию. При движении топлива по

приведенной схеме в каждой частичной перегрузке 38 ТВС выгружаются, 75 ТВС перемещаются и 38 "свежих" ТВС загружаются на периферию активной зоны. Это соответствует тому, что в ходе перегрузки производятся следующие операции:

– удаление отработанного топлива из I, II и V секторов;
– перемещение топлива по маршруту:
  1. III→I; VIII→II; IV→V;
  2. VII→III; IX→VIII; VI→IV;
  3. X→VII; XII→IX; XI→VI;
– подпитка "свежим" топливом в X, XI и XII сектора.

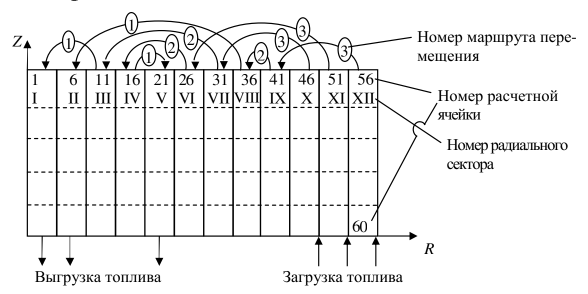


Рис. 2. *Маршруты перемещения топлива в радиальном направлении*

Таким образом, бланкетные ТВС, содержащие топливную композицию ThO_2-$U^{235}O_2$, загружаются в активную зону только в начале кампании. Подпитка на 2-ой – 4-ый циклы осуществляется только запальными (торий-плутониевыми) ТВС.

Параметры кампании

Интегральные характеристики кампании для оптимизированной смешанной загрузки серийного легководного реактора под давлением ВВЭР-1000 и выше приведенной схемы перемещения топлива приведены на рис. 3.

После 4-ого (равновесного) цикла выгорание в выгружаемых ТВС, которые отработали все 4 цикла, достигает значения 125,9 ГВт·сут/т. Глубина выгорания Pu составляет 97,3; 96,4; 95,7 и 81 % для каждого цикла, соответственно.

Параметры первого цикла выгорания

Преимущества смешанной схемы загрузки особенно проявляются при сравнении балансов масс нуклидов с таковыми для стандартной урановой и торий-плутониевой загрузок (табл. 3).

В смешанной загрузке каждая запальная ТВС, за исключением типа Z3, окружена бланкетными ТВС. Бланкетные ТВС, характеризующиеся меньшими концентрациями делящегося нуклида U^{235}, обеспечивают относительно более высокий темп наработки U^{233} и существенное увеличение длительности циклов выгорания и кампании в целом. Наличие значительного количества U^{235} в активной зоне по сравнению с торий-плутониевой загрузкой обеспечивает значительное увеличение эффективной доли запаздывающих нейтронов.

Таблица 3. *Балансы масс основных нуклидов*

Параметр	Схема загрузки		
	Стандартная	Смешанная	Торий-плутониевая
Загрузка Th-232, кг/ГВт (эл.)	–	4921,7	5775,4
Загрузка U-238, кг/ГВт (эл.)	23897,4	5,4	–
Загрузка Pu, кг/ГВт (эл.)	–	607,0	643,7
Выгрузка Pu, кг/ГВт (эл.)	–	33,6	168,0
Расход Pu, кг/ГВт (эл.)	–	573,4	475,7
Расход Pu / Загрузка Pu	–	0,954	0,739
Загрузка U-235, кг/ГВт (эл.)	1064,0	74,0	–
Выгрузка U-235, кг/ГВт (эл.)	391,4	71,0	–
Расход U-235, кг/ГВт (эл.)	672,6	3,0	–
Расход U-235 / Загрузка U-235	0,632	0,0405	–
Наработка U-233, кг/ГВт(эл.)	–	77,3	97,0
Наработка Pu, кг/ГВт(эл.)	186,0	–	–
Среднее значение выгорания, МВт·сут/кг	11,7	52,2	45,5

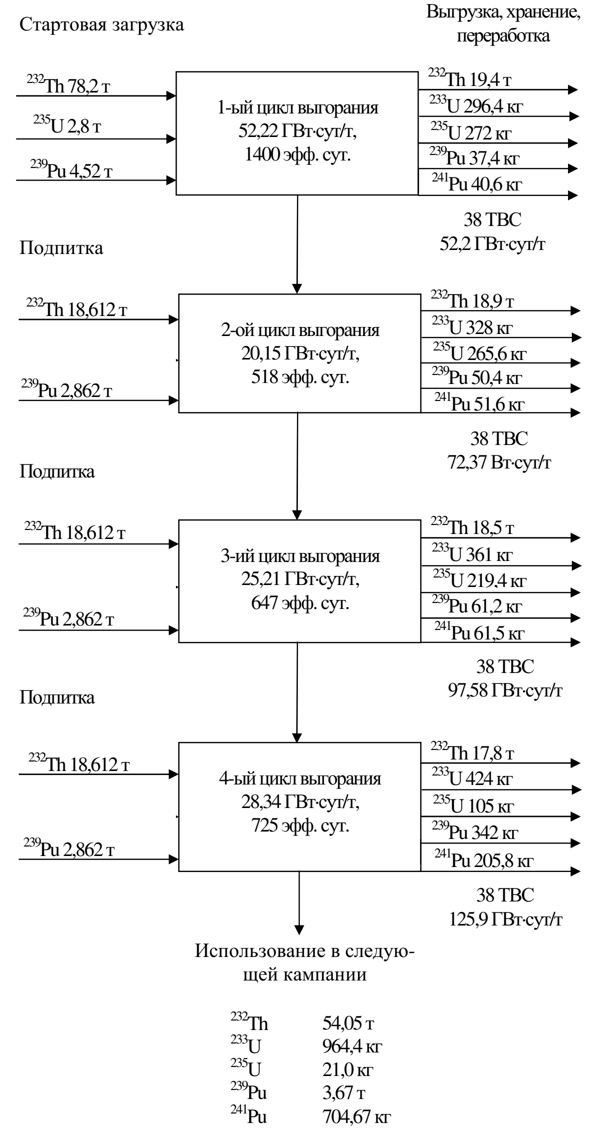


Рис. 3. *Интегральные характеристики кампании*

В табл. 4 приведены интегральные параметры, характеризующие 1-ые циклы выгорания, обеспечиваемые различными загрузками. В табл. 5 приведены соответствующие балансы масс по основным нуклидам.

Таблица 4. *Основные параметры цикла выгорания*

Параметр	Схема загрузки		
	Стандартная	Смешанная	Торий-плутониевая
$k_{эфф}$ в начале цикла	1,173	1,356	1,392
$\beta_{эфф}$ (эффективная доля запаздывающих нейтронов) в начале цикла, %	0,672	0,346	0,210
$\beta_{эфф}$ в конце цикла, %	0,462	0,329	0,226
Длительность цикла, эфф.сут.	298,5	1400	1219
Выгорание (МВт·сут)/т	11692	52231	45477
Коэффициент воспроизводства	0,697	0,525	0,571
ТКР (температурный коэффициент реактивности), (°С)$^{-1}$	$-4,485\cdot10^{-5}$	$-3,2\cdot10^{-5}$	$-3,2\cdot10^{-5}$
Стационарное отравление Xe^{135}	$-3,26\cdot10^{-2}$	$-1,6\cdot10^{-2}$	$-1,8\cdot10^{-2}$

Таблица 5. *Массы нуклидов в активной зоне (начало/конец цикла), кг*

Схема	Нуклид							
	^{232}Th	^{233}U	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
Стандартная	–	–	$2,63\cdot10^3$	$79,02\cdot10^3$	0	0	0	0
	–	–	$1,78\ 10^3$	$78,14\cdot10^3$	461,88	49,16	50,81	4,74
Смешанная	$78,2\cdot10^3$	0	2802,5	213,7	4517,5	0	0	0
	$75,69\cdot10^3$	1196,4	1137,7	158,1	1529,6	189,04	387,82	91,78
Торий-плутониевая	$78,8\cdot10^3$	0	–	–	6950,9	0	0	0
	$76,64\cdot10^3$	1150,7	–	–	2575,5	337,01	655,26	104,79

Кроме преимуществ, обусловленных уникальным сочетанием параметров, которые определяют экономические показатели использования топлива и степень ядерной и экологической безопасности (табл. 4), смешанная загрузка обеспечивает наиболее жесткий спектр нейтронов в активной зоне.

На рис. 4–6 приведены радиальные распределения и спектры потока нейтронов для различных схем загрузки активной зоны.

Смещение максимума спектра в эпитепловую область обеспечивает уменьшение чувствительности ядерной энергетической установки к процессам, вызывающим отравление продуктами деления неравновесной и равновесной концентраций. Следовательно, смягчаются требования к маневренности системы управления и защиты, упрощаются процедуры изменения мощности. Реактор в нейтронно-физическом отношении становится более безопасным.

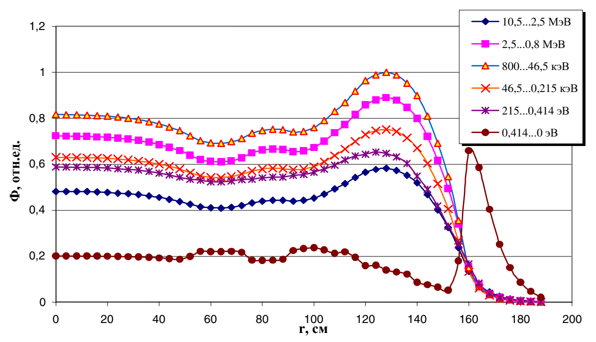


Рис. 4. *Пространственно-энергетическое распределение потока нейтронов для стандартной UO_2 загрузки*

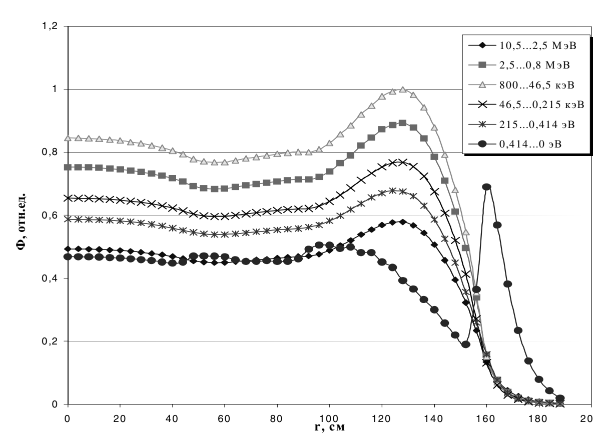


Рис. 5. *Пространственно-энергетическое распределение для смешанной загрузки*

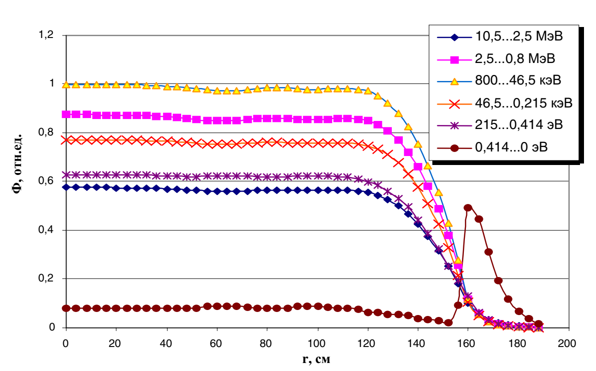


Рис. 6. *Пространственно-энергетическое распределение для ThO_2-PuO_2 загрузки*

Заключение

Анализируя интегральные и дифференциальные параметры стандартной, безурановой торий-плутониевой и смешанной загрузок, можно сформулировать следующие выводы:

– смешанная "стартовая" загрузка обеспечивает значительный (35,6 %) запас реактивности и возможность организации сверхдлинной (более 3200 эфф. сут.) кампании;

– комбинация топливных композиций $(Th,Pu)O_2$ и $(Th,^{235}U)O_2$ решает проблему дефицита запаздывающих нейтронов, возникающую в случае загрузки только торий-плутониевыми компози-

циями: 0,672 – 0,346 – 0,210 % (урановая – смешанная – торий-плутониевая загрузка);

– смешанная загрузка увеличивает эффективность топливоиспользования, степень ядерной и экологической безопасности;

– для стандартной конструкции ВВЭР-1000 водно-топливное отношение составляет 1,8. В случае стандартного UO_2 топлива максимум k_∞ достигается при значении отношения около 2,5. С учетом существования предела линейной тепловой нагрузки значение 1,8 выбрано как оптимальное. В случае смешанной загрузки максимум k_∞ достигается при значительно большем водно-топливном отношении. Это обеспечивает возможность поиска и внедрения более совершенных конструкций ТВЭЛов и ТВС, а также реализации концепции спектрального регулирования.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Мурогов В.М., Троянов М.Ф., Шмелев А.М. Использование тория в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 96 с.
2. Пономарев-Степной Н.Н., Лунин Г.Л., Морозов А.Г. и др. Легководный ториевый реактор // Атомная энергия. – 1998. – Т. 85. – № 4. – С. 263.
3. Shamanin I.V., Ukhov A.A., Rütten H.J., Haas K.A., Sherer W. The use of $(Th,U,Pu)O_2$ Fuel in a water-water energy reactor (WWER-1000): Physics and fuel cycle simulation by means of the V.S.O.P.(97) computer code // Forschungszentrum Jülich. FZJ – ISR – IB – 1/1999. – 40 p.
4. Шаманин И.В., Ухов А.А., Рюттен Г.Й., Хаас К., Шерер В. Результаты моделирования параметров топливного цикла для водо-водяного энергетического реактора // Известия вузов. Сер. Ядерная энергетика. – 2000. – № 4. – С. 53–64.

УДК 621.039.52.034